

5. Мировой опыт автономного энергоснабжения для российской глубинки [Электронный ресурс]. URL: <http://gisee.ru/articles/politics/54702/> (дата обращения 17.11.2017).

6. Экологически чистая тепловая энергетика высокой эффективности: технологическая платформа [Электронный ресурс]. URL: http://tp-rusenergy.ru/technology/complexes_composed_of_modular_cogeneration_ccgt/ (дата обращения 17.11.2017).

УДК 621.039

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ADVANCED TECHNOLOGIES FOR NUCLEAR ENERGY DEVELOPMENT

Вальцева А. И., Гавриков М. И., Третьяков А. В.
Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург,
Alex-Liga@yandex.ru

Valtseva A. I., Gavrikov M. I., Tretyakov A. V.
Ural Federal University, Ekaterinburg

Аннотация: Численность населения планеты растет, промышленность развивается, следовательно, и количество потребляемой энергии возрастает. Увеличение потребления ископаемого топлива нежелательно по причине ограниченности ресурсов и отрицательного влияния на окружающую среду. С использованием ядерной энергии предлагается сравнительно доступная альтернатива, отвечающему высокому потреблению энергии. В работе представлены некоторые перспективные технологии развития атомной энергетики.

Abstract: The world population is growing, industry is developing, consequently, the amount of energy consumed increases. The increase in the consumption of fossil fuels is undesirable because of limited resources

and adverse effects on the environment. With the use of nuclear energy offers a relatively affordable alternative that meets the high energy consumption. The article presents some promising technologies for nuclear energy development.

Ключевые слова: атомная энергетика, замыкание топливного цикла, мононитрид урана, высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, плавучая атомная станция.

Key words: nuclear power, a closed fuel cycle, mononitride uranium, high temperature reactor, floating nuclear station.

Развитие экономики современности базируется на опережающем развитии энергетики, такая тенденция будет сохраняться вне зависимости от состояния первичных энергоресурсов. С точки зрения масштабов энергопотребления и необходимости снижения выбросов «парниковых газов», ограниченности запасов углеродных энергетических ресурсов и необходимости перехода на безугольную энергетику использование атомной энергетики не вызывает сомнения. По мнению С.В. Алексеева, действующие атомные станции России ежегодно предотвращают выброс в атмосферу примерно 210 млн т CO₂, а в целом атомные станции мира позволяют предотвратить выброс до 3,5 млрд т углекислого газа, который принято считать основным фактором глобального потепления [3]. Замыкание ядерного топливного цикла и разработка реакторов с расширенным воспроизводством топлива, по мнению Ю. П. Елагина [3], может рассматриваться в качестве основного направления инновационного развития атомной энергетики. Дальнейшая стратегия развития атомной энергетики России основана на создании крупномасштабной ядерной энергетики, развитой на быстрых нейтронах без избыточного производства плутония. Данная стратегия позволит применить вместо пожароопасного натрия химически пассивный теплоноситель на основе свинца. Также важным обстоятельством является полное внутреннее воспроизводство в активной зоне с плотным

теплопроводным уран-плутониевым нитридным топливом равновесного состава [9].

Использование энергетического потенциала, заложенного в запасах отработанного урана, в сочетании с оружейным и энергетическим ^{239}Pu , возможно только в реакторах на быстрых нейтронах. Еще в 50-е годы XX века сформировалась концепция реактора-размножителя на быстрых нейтронах, для которого топливом считались сплавы плутония и урана. Ученые выделяют ряд преимуществ нитридов по сравнению с оксидными топливами [1]: 1) большая плотность делящихся элементов; 2) высокая теплопроводность; 3) хорошая совместимость топлива с теплоносителем. С учетом и использованием вышеперечисленных преимуществ можно усовершенствовать топливный цикл. Мононитрид урана является одним из наиболее привлекательных видов высокотемпературного ядерного топлива, который может использоваться как для быстрых, так и для тепловых реакторов. Данный вид топлива также является перспективным для космических установок с термоэмиссионным преобразованием энергии, так и для установок малой мощности для децентрализованных населенных пунктов [6]. В системе U–N установлено существование таких нитридов: UN, U_2N_3 , UN_4 . Мононитрид урана можно получать следующими способами: синтезом из металлического урана, методом плавки урана в атмосфере азота и карботермическим синтезом. Существует также ряд перспективных методов получения мононитрида урана из фторидов урана, из галогенидов урана с использованием соляной ванны, при азотировании урана и метод получения UN из металлического расплава урана с оловом. В настоящее время для получения мононитрида урана используется метод «гидрирования – дегидрирования – азотирования» и карботермическое восстановление диоксида урана в атмосфере азота. Химические свойства мононитрида урана вызывают несомненный интерес: установлено [2], что при комнатной температуре мононитрид урана практически не окисляется, следовательно, его хранение не представляет трудностей, однако тонкодисперсные

порошки мононитрида урана способны самовозгораться. Не обнаружено также взаимодействий мононитрида урана с эвтектикой NaK при температуре до 800 °С. Проводимые исследования показали также высокую совместимость мононитрида урана со сталями [8]. Поведение мононитрида урана под облучением было изучено на примере реактора БР-10, который проработал 18 лет: процессы набухания и газовыделения в целом зависят от исходной структуры таблетки UN, например, установлено [5], что при достижении пористости в 18 % газовыделение резко возрастает, а крупнозернистые образцы UN показывают существенно меньшее набухание по сравнению с мелкозернистыми [1]. Однако исследования поведения мононитридного уранового топлива в условиях реакторного облучения при температуре от 1750 до 2050 К и при выгорании до 8,8% показали его хорошую работоспособность. По результатам исследований многих групп ученых можно сделать вывод, что мононитрид урана может быть использован в реакторах на быстрых и в реакторах на тепловых нейтронах, на основе которого можно создать энергонапряженные малогабаритные реакторные установки как для использования в космосе, как и для отдаленных территорий.

Хотя внедрение UN и считается одной из перспективных технологий ядерной энергетики, но существуют другие перспективные технологии, внедрение которых возможно уже в ближайшем будущем. Одной из таких перспективных технологий является использование высокотемпературных газоохлаждаемых ядерных реакторов. Высокотемпературный ядерный реактор с газовым охлаждением (ВТГЯР) – это реактор, у которого имеется собственная система безопасности. Даже при самых неблагоприятных условиях не может произойти утечка радиоактивных веществ [ГТУ]. В 2014 г. международный научный форум “Generation IV” подтвердил статус ВТГР как одного из шести инновационных проектов реакторов 4-го поколения. Специалисты ожидают промышленное внедрение таких реакторов уже в 2030-х годах. Ключевой особенностью данного типа реакторов является

использование в качестве охладителя гелия, инертного газа. Использование огнеупорного покрытия TRISO предотвращает деление ядерного топлива при высоких температурах. Частицы топлива окутаны многослойным покрытием (рис. 1) из пористого буфер-углерода, карбида кремния, пироуглерода. Покрытие создает непроходимое препятствие для освобождения газовых веществ. Общий диаметр частиц в районе 650–850 микрон. Топливные частицы объединяются в цилиндрический топливный пучок и загружаются в топливный блок в форме шестигранника.

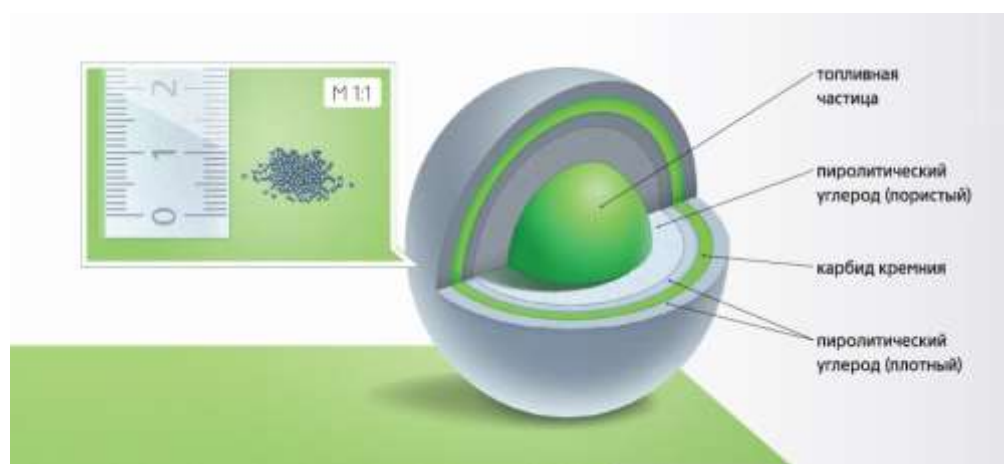


Рис. 1. Топливная частица для реактора ВТГЯР с покрытием TRISO

Рабочим телом в высокотемпературном реакторе будет гелий. Гелий, нагретый до температуры в 950 °С, идет в турбину непосредственно из реактора. Далее газ направляется в рекуператор по горячей стороне. Затем гелий сжимается в компрессоре и направляется в рекуператор по холодной стороне, где он нагревается и возвращается в реактор [4].

Еще большей перспективой является установка котла-утилизатора и добавление паровой турбины. В этом случае увеличивается общий КПД до 50 %, однако таких установок в мире нет. Преимущества ВТГЯР заключаются в том, что гелий не становится радиоактивным, не вызывает коррозии, а коэффициент удельной теплоемкости в 5 раз больше чем у воздуха, что позволяет уменьшить габариты теплообменника [4]. Однако есть и недостатки, такие как: сложная система уплотнения валов турбины, попадание

масла в поток гелия (для избежания этого необходимо использование магнитных подшипников), дороговизна технологии [4].

Рассматриваемая далее технология не имеет аналогов в мире, однако в России уже началось строительство первой плавучей атомной станции (ПАТЭС) – «Академик Ломоносов» [7]. ПАТЭС – это передвижная атомная станция, предназначенная для комплексного электро- и теплоснабжения изолированных потребителей в удаленных районах с дорогим дальнепривозным топливом. В России это крупные населенные пункты и порты вдоль Северного Морского пути и побережья Дальнего Востока, месторождения полезных ископаемых, военные базы; за рубежом – прибрежные районы развивающихся стран. Станция будет оснащена двумя реакторными установками типа КЛТ-40С, которые способны вырабатывать до 70 МВт электроэнергии и 50 Гкал/ч тепловой энергии в номинальном рабочем режиме, что достаточно для поддержания жизнедеятельности города с населением около 100 тыс. человек [7]. Главным конструктором, изготовителем и поставщиком оборудования является АО «ОКБМ Африкантов» [7]. Планируется, что к 2021-му ПАТЭС выйдет на полную мощность, заменив Билибинскую АЭС, которую к этому сроку выведут из эксплуатации. «Академик Ломоносов» станет самой северной в мире атомной станцией, расположенной в зоне вечной мерзлоты. Технические данные станции приведены на рис. 2.

Тип реактора	копрессный с водой под давлением
Мощность тепловая, МВт	150
Тип топлива	UO ₂ в силициновой матрице
Обогащение топлива, %	18,6
Количество ТВС, шт.	121
Интервал между перегрузками, год	2,5 - 3
Давление 1 контура, МПа	12,7
Температура 1 контура, °С	
на выходе из а.з.	316
на входе в а.з.	280
Паропроизводительность, т/ч	240
Давление перегретого пара на выходе из ПГ, МПа	3,72
Температура перегретого пара на выходе из ПГ, °С	289

Рис. 2. Основные характеристики ПАТЭС «Ломоносов»

Вышеперечисленные технологии являются перспективным, однако, только одна из этих технологий реализуется в настоящее

время. Растущие потребности в обеспечении доступной, экологически безопасной энергии создают значительные возможности для развития атомной энергетик. При этом эффективное развитие отрасли существенно зависит от ответа на актуальные вызовы, стоящие перед ней: обеспечение безопасности функционирования всех объектов атомной энергетики при любых условиях, долгосрочное обращение с радиоактивными отходами, грамотное управление АЭС. Рассмотренные в статье перспективные технологии и их внедрение могут помочь в решении вышеперечисленных задач.

Список использованных источников

1. Sasa Y., Atoda T. Nonstoichiometric hexagonal close-packed uranium sesquinitride // American Ceramic Society. 1970. Vol. 53. № 2. P. 102.
2. Bauer A. A. Nitride Fuels: Properties and Potentials // Reactor Technology. 1972. Vol. 15. № 2. P. 87–104.
3. Алексеев С. В. Зайцев В. А. Нитридное топливо для ядерной энергетик / С. В. Алексеев, В. А. Зайцев. М. : Техносфера, 2013. 239 с.
4. Али Афрахед, Мохамад Баяр Гофрани Газотурбинная установка с высокотемпературным газоохлаждаемым ядерным реактором // Газотурбинные технологии. 2010. № 3. С. 18–21.
5. Котельников Б. Р., Башлыков С. Н., Каштанов А. И., Меньшова Т. С. Высокотемпературное ядерное топливо / Б. Р. Котельников, С. Н. Башлыков, А. И. Каштанов, Т. С. Меньшова. М. : Атомиздат, 1978. 432 с.
6. Никитин В. П., Оглоблин Б. Г., Соколов Е. Н. Космическая ядерная энергетическая установка «Енисей» // Атомная энергия. 2000. Т. 88. № 2. С. 95–108.
7. ПЭБ «Академик Ломоносов» [Электронный ресурс]. URL: <http://www.okbm.nnov.ru/russian/lomonosov> (дата обращения: 31.10.2017).
8. Рогозкин Б. Д., Степеннова Н. М., Прошкин А. А. Мононитридное топливо для быстрых реакторов // Атомная энергия. 2003. Т. 95. № 3. С. 208–221.
9. Федоров Е. К. Экологический кризис и социальный прогресс / Е. К. Федоров. М. : Гидрометеиздат, 1977. 175 с.

УДК 621. 584

О ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ВЕТРОУСТАНОВКИ «ENERGY WIND» В ЕКАТЕРИНБУРГЕ